

会議のトピックス(IV)

第7回臨界安全性国際会議 ICNC2003 ～発表内容から窺える核データ関連研究の進展～

日本原子力研究所
燃料サイクル安全工学部
野村 靖

nomura@popsvr.tokai.jaeri.go.jp

はじめに

日本原子力研究所及び日本原子力学会の主催、核燃料サイクル開発機構の共催のもとに、東海駅前テクノ交流館リコッティにおいて、第7回臨界安全性国際会議 ICNC2003 が平成 15 年 10 月 20 日より 10 月 24 日にかけて開催された。会議には、米国、英国、フランス及びロシア等 20 ケ国、2 国際原子力機関 (OECD、IAEA) から 114 人、国内から 78 人 (内原研 21 人) が参加した。使用済燃料の照射後試験 PIE を含めた臨界安全性に関わる 10 トピックスについての論文 159 件が合計 24 のテクニカルセッションにおいて口頭 (22) 及びポスター (2) で発表された。これらの発表内容のうち、核データ関連研究の進展が窺えるものについて、トピックスごとに以下に概要を述べる。



トピックス 1 「臨界安全標準及び方法」(発表 20 件)

IAEA 放射性物質輸送規則の核分裂性物質輸送に関わる規制除外値の見直しに資するため、仏、英、スウェーデンのグループから、マイナーを含めたアクチニド核種同位体の臨界量を算出した結果について、用いた計算コードと核データの違いにより計算結果のばらつきが大きいことが示された。また、OECD/NEA 最小臨界量専門家会合では、各国で公開された臨界ハンドブック記載のデータを収集して比較検討しており、その結果として、公開年月が古いほどデータの平均値からの差が大きいことが示された。このことは、年々公開される核データの精度が向上してきており、算出される臨界量のばらつきが少なくなってきたことを示す。一方、キュリウム等マイナーアクチニドに関する臨界量については、算出のため用いた核データの違いによる結果のばらつきが依然として大きいことが示された。

トピックス 2 「臨界及び未臨界実験」(発表 26 件)

各国の臨界あるいは未臨界実験の解析に関する発表では、中性子増倍率 k_{eff} の実験値に対する計算値の比 (C/E) は、概ね、用いた核データの公開時期が新しく、また、計算手法の精度が向上するほど、1.0 に近い値を与えている。Fig.1 及び Fig.2 にその例を示す。

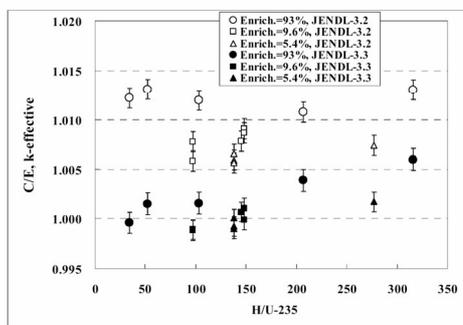


Fig.1 C/E of k -effective obtained by using JENDL-3.3 and JENDL-3.2 for critical configuration of highly enriched uranium fueled, polystyrene moderated thermal spectrum cores of Kyoto University C.A.

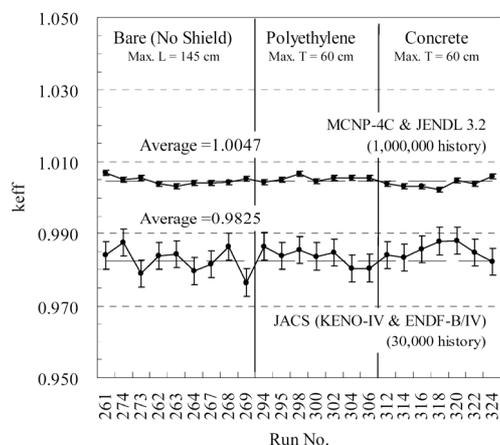


Fig. 2 Summary of calculated neutron multiplication factor for critical configuration of two-slab core in different isolation material

トピックス 3 「臨界・未臨界ベンチマーク評価」(発表 16 件)

年々、計算機の性能の改善、核データ及び臨界計算手法の精度が向上してきており、核データの精度に関わるものが残されるのみになってきた。核データによる臨界計算の誤差評価としては、例えば、ENDF/B-V あるいは JENDL-3.2 に収納されている中性子断面積の不確定性データを NJOY コードにより処理した、ミクロの共分散マトリックスデータを利用することで得られる。しかしながら、これによって得られる中性子増倍率の

計算誤差の妥当性を直接証明する普遍的な手段はまだなく、核データの種類によって誤差は相当大きいものになる。もうひとつの方法は、いくつかの代表的なマクロの臨界実験データ間の相関を調べ、実験値と計算値を比較してミクロの核データの調整を最尤法の原理により行う。後者に関するロシアからの発表では、OECD/NEA の国際臨界安全ベンチマーク実験データプロジェクト ICSBEP で編集したハンドブック記載の高濃縮ウラン水溶液体系の臨界実験データに基づく、核データの不確実性による臨界計算の誤差評価を行った。対象とする核データは ENDF/B-V、ABBN-93 及び JENDL-3.2 であり、Fig.3 にミクロ核断面積データ調整前後のマクロの k_{eff} 計算値の不確実性を比較して示した。また、ミクロデータ調整前の共分散マトリックスを用いて代表的核種反応に対する臨界計算による中性子増倍率計算値の誤差評価を行った結果を Fig.4, 5, 6 に示す。これから、ENDF/B-V、ABBN-93 の両核データによる不確実性は、値の大きさ及び燃料溶液の濃度範囲に対する変化傾向ともほぼ相似であるが、JENDL-3.2 による結果と比較すると JENDL-3.2 では不確実性及び変化が少ない。

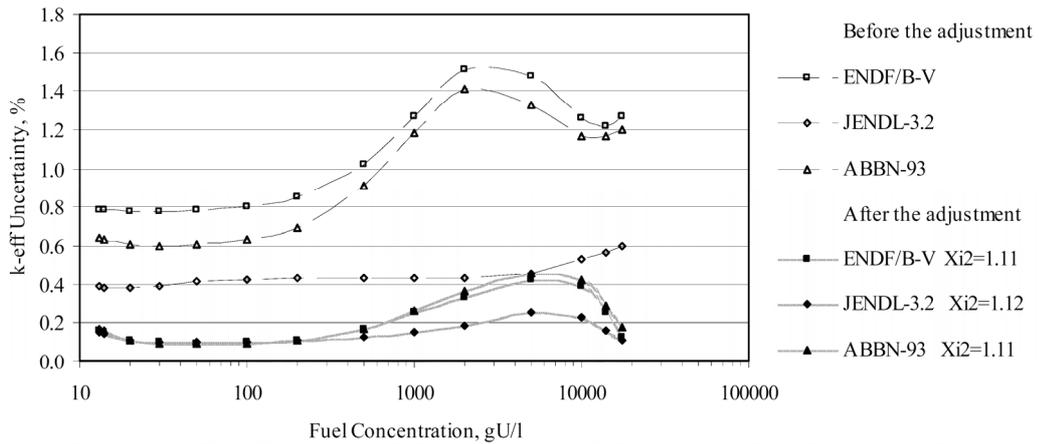


Fig. 3 Uncertainties of computed k_{eff} values of application area before and after the adjustment obtained using various cross-section uncertainties covariance matrices.

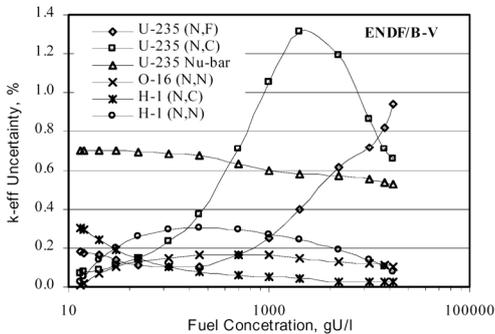


Fig. 4 Components of uncertainties of computed k_{eff} values for the application area before the adjustment used covariance matrix ENDF/B-V as input.

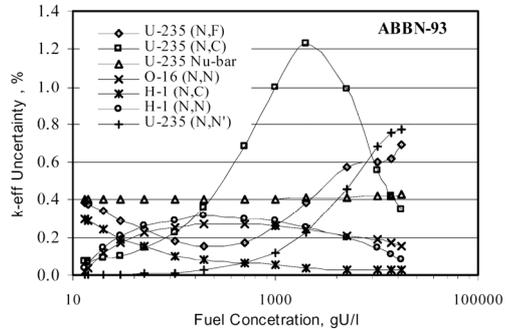


Fig. 5 Components of uncertainties of computed k_{eff} values for the application area before the adjustment used covariance matrix ABBN-93 as input.

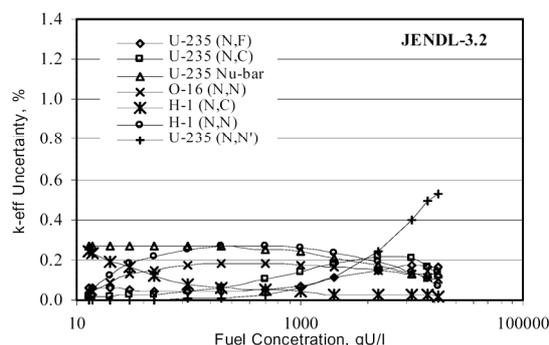


Fig. 6 Components of uncertainties of computed k_{eff} values for the application area before the adjustment used covariance matrix JENDL-3.2 as input

トピックス 5 「計算コードの開発」(発表 27 件)

臨界安全の分野で各国が独自に開発し、核燃料サイクル施設の安全評価あるいは運転管理に用いられている計算コードの開発の現状が紹介された。特に、米国のオークリッジ研究所から KENO-V.a.の連続エネルギーモンテカルロ計算機能の組み込み、六角格子の取り扱いなどの幾何形状パッケージを追加した KENO-VI へのバージョンアップ、臨界安全解析シーケンス及びモジュールの多様化を進めた新たな SCALE 5 コードシステムの公開が注目された。また、使用済燃料輸送、貯蔵、再処理施設の臨界安全性に関わる燃焼度クレジット評価用の計算システムの開発状況、及び、中性子相互干渉弱結合体系に対するモンテカルロ法臨界計算の収束性に関わる問題解決に向けた取り組みなど、現在、各国が抱えている臨界安全評価上の共通の問題に拘わる発表が行われた。核データファイルの開発に密接に関わる計算コードの開発動向としては、上に述べたようなモンテカルロコードにおける中性子反応核断面積の多群エネルギーから連続エネルギーへの取り扱いの変更による、自己遮蔽因子の評価に関わる誤差要因を排除した計算の高精度化を図る動きが見られる。例えば、SCALE 5 コードシステムで、従来版と較べて新たに追加されたモジュールでは、核データの連続エネルギー断面積ライブラリーを用いて、各ユニットセルで離散化された空間領域において連続中性子束を発生させ、これにより連続エネルギーポイントワイズ核断面積を縮約し、中性子束及び断面積の空間効果を精確にモデル化した多群断面積を発生させ、これを用いた KENO などの多群モンテカルロコードにより臨界計算を行えるようにした。

さらに、核データ関連で計算コード開発の新たな動向として注目すべきものに、同じく SCALE 5 で新たに追加されたモジュール TSUNAMI がある。このモジュールは、もともと、臨界計算コードの検証用の実験体系の適用範囲を定量的に同定するために開発された。しかしながら、TSUNAMI に組み込まれた臨界計算の感度解析及び不確定性解析機能は、種々の目的に応用される。まず、TSUNAMI が算出する感度係数は、中性子断面積

Table 1. MOX polystyrene compact critical experiments

Experiment	nse55t4-01	nse55t5-01
H/(U+Pu)	30.6	2.8
Pu/(U+Pu)	0.146	0.303
wt % Pu-240	7.97	11.5
EALF*	0.143	39.7

*Energy of average lethargy causing fission.

データの変化に伴う体系の中性子増倍率の相対変化率として、モデル化された体系の各領域でエネルギーグループごとに出力される。これの1次元モジュールTSUNAMI-1DはSCALE内蔵のXADRNPMを用い、3次元モジュール

TSUNAMI-3DはKENO-V.a.を用いる。両モジュールはオプションとして選択可能であり、使用する核データファイルの共分散ファイルデータと感度係数算出機能を組み合わせた臨界計算結果の不確定性解析も行える。SCALE 5では、多群化された断面の共分散データライブラリーが、核種及び核反応毎に組み込み可能である。Fig.7は、SCALEに組み込まれた作図モジュールJavapenoを用いて作成した²³⁹Puの核分裂感度解析結果のプロットを示す。ここで解析対象としたものは、Table 1に示す水素減速比の異なる2種類のポリスチレンコンパクトMOX燃料を積み重ねた臨界実験体系であり、中性子スペクトルの違いによる²³⁹Pu核分裂断面に対する k_{eff} 固有値の感度係数が示されている。

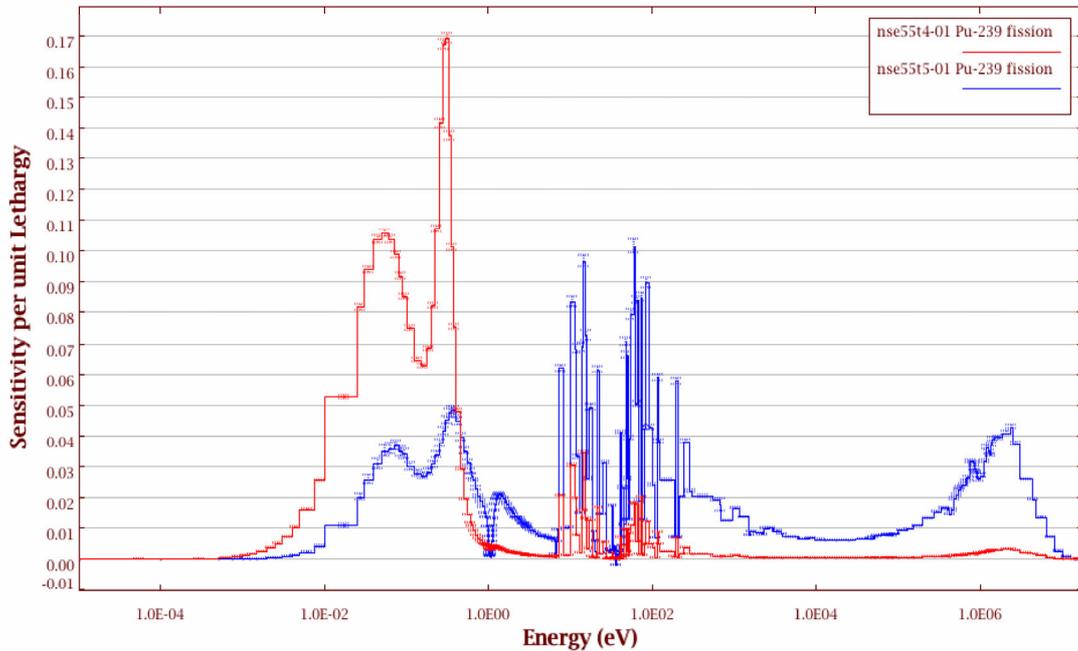


Fig. 7 Javapeno plot of Pu-239 fission sensitivity profiles from MOX polystyrene compact critical experiments.

トピックス6「核データの評価」(発表5件)

米国から、「 ^{238}U の共鳴パラメータの新たな評価」と題する発表があり、オークリッジ研究所の電子線加速器(ORELA)による高精度の中性子伝達実験データの1keVから20keVまでの中性子エネルギー範囲でSAMMYコードを用いた解析結果について説明があった。中間エネルギー領域にスペクトルのピークを持つ核分裂物質体系の臨界安全計算の精度を向上させるためには、より正確な ^{238}U の共鳴分離領域での正確な断面積データが必要になる。Fig.8及びFig.9に実験データとSAMMYコードによる計算結果の比較、Table 2及びTable 3に新たに評価された共鳴パラメータによる計算と、ENDF/B-VI内臓のデータによる計算結果の比較を示す。これから、実験データの比較により得られた新たな共鳴パラメータによる計算結果では、ENDF/B-VIによる計算結果と比較して著しい改善が見られた。

Table 2 Average ^{238}U neutron cross sections in the energy range 1 keV to 10 keV; (a) ENDF/B-VI, (b) present evaluation.

Energy Range keV	Capture b		Elastic b	
	(a)	(b)	(a)	(b)
1 - 2	1.87	1.94	21.68	22.25
2 - 3	1.36	1.41	21.57	22.12
3 - 4	1.15	1.20	19.82	20.36
4 - 5	0.88	0.89	14.79	15.03
5 - 6	0.90	0.90	14.20	14.38
6 - 7	0.87	0.88	16.66	16.37
7 - 8	0.68	0.74	13.79	14.07
8 - 9	0.63	0.65	15.03	15.71
9 - 10	0.65	0.71	13.07	13.89
1 - 10	1.00	1.04	16.73	17.12

Table 3 Average ^{238}U capture cross sections in the energy range 10 keV to 20 keV; (a) ENDF/B-VI, (b) present evaluation

Energy Range keV	Capture b		Elastic b	
	(a)	(b)	(a)	(b)
10-11	0.71	0.68	14.67	14.72
11-12	0.68	0.65	14.53	13.91
12-13	0.66	0.65	14.40	15.32
13-14	0.64	0.72	14.29	14.56
14-15	0.62	0.62	14.18	15.54
15-16	0.60	0.58	14.09	14.60
16-17	0.58	0.58	14.01	13.79
17-18	0.57	0.58	13.93	16.25
18-19	0.55	0.53	13.86	14.57
19-20	0.54	0.52	13.79	12.91
10-20	0.615	0.611	14.17	14.62

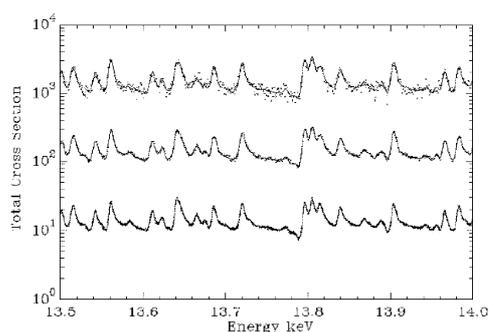


Fig.8 The ^{238}U effective total cross section in the neutron energy range 13.5 keV to 14.0 keV. The upper, middle and lower curves represent the thin sample (multiplied by 100), the medium sample (multiplied by 10), and the thick sample data, respectively. The points are the experimental data. The solid lines represent the data calculated by SAMMY from the resonance parameters.

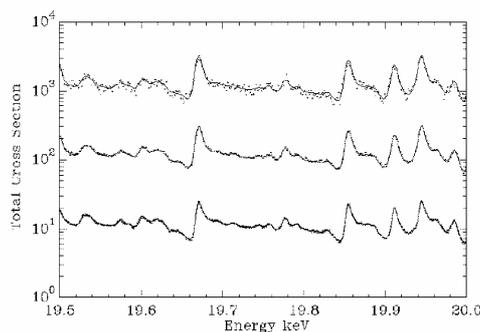


Fig.9 The ^{238}U effective total cross section in the energy range 19.5 keV to 20.0 keV. The upper, middle and lower curves represent the thin sample (multiplied by 100), the medium sample (multiplied by 10), and the thick sample data, respectively. The points are the experimental data. The solid lines represent the data calculated by SAMMY from the resonance parameters.

次に、ロシア原子力センターVNIIEFからの発表では、構造材などに用いられる非核分裂性の水素からビスマスまで 55 核種のそれぞれに対して、各種の核データファイルの評価済み中性子断面積と実験データを比較評価して、最適なものが原子力に関する応用解析用に推奨された。比較対象の評価済み核データファイルとしては、ENDL-78, -82, JENDL-3.2, -3.3, ENDF/B-VI, -VI-1, -VI-2, -VI-3, -VI-4, JEF-2, -3, CENDL-2, BROND-2 とした。このうち、JENDL-3.2 または JENDL-3.3 の最適使用が推奨を受けたのは、アンチモン、ビスマス等 16 核種に対してであった。

さらに、英国 AWE から、 ^{241}Am 、 $^{242\text{m}}\text{Am}$ 、 ^{243}Am の最小臨界質量の解析結果について発表があった。使用計算コードはモンテカルロコード MONK 及び MCNP、これらと組み合わせる核データは UKNDL, JEF-2.2, ENDF/B-VI, JENDL-3.2 であった。計算対象は、アメリカシウム金属及び二酸化ウランの球状体系で、裸、30 cm 水反射あるいは 20 cm SUS304 ステンレススチール反射体付であり、Table 4, 5, 6 に示すような結果が得られた。Table 4 に示すように、 ^{241}Am の最小臨界質量は使用核データファイルによって 2 グループに分かれ、JEF-2.2 及び JENDL-3.2 による高い値を与えるものと、UKNDL 及び ENDF/B-VI による低い値を与えるものがある。ここで、ENDF/B-VI を用いた MONK 及び MCNP による ^{241}Am 最小臨界質量には大差が認められる。MCNP 計算値は他の報告値とよく一致していることから、MONK 計算値には誤差が含まれているものと思われる。これは、ENDF/B-VI DICE ライブラリーの ^{241}Am データの一部に Madland-Nix 核分裂スペクトルを用いており、これが規格化されないまま核データファイルに収納されたためであると判明した。 $^{242\text{m}}\text{Am}$ に関する最小臨界量の解析値は、UKNDL, JEF-2.2 及び JENDL-3.2 の核データの違いに拘わらずよく一致している。

Table 4 Computed Minimum Critical Mass of ^{241}Am

Chemical form	Reflector	Critical mass (kg)						
		MONK				MCNP		
		UKNDL	JEF-2.2	ENDF/B-VI	JENDL-3.2	JEF-2.2	ENDF/B-VI	JENDL-3.2
Metal $\rho = 13.66$ g/cm ³	Bare	56.4	75.7	88.0*	76.1	73.3	57.7	73.7
	Water	50.9	68.3	79.9*	69.2	65.8	52.0	66.7
	Steel	33.6	42.4	51.8*	45.4	40.9	33.8	43.6
Dioxide $\rho = 11.69$ g/cm ³	Bare	98.2	132	161*	135	129	94.6	131
	Water	92.0	124	151*	125	120	87.6	123
	Steel	65.4	86.0	109*	91.4	83.9	62.4	89.0

*MONK results for ENDF/B-VI are subject to error

Table 5 Computed Minimum Critical Mass of ^{242m}Am

Chemical form	Reflector	Critical mass (kg)						
		MONK				MCNP		
		UKNDL	JEF-2.2	ENDF/B-VI	JENDL-3.2	JEF-2.2	ENDF/B-VI	JENDL-3.2
Metal $\rho = 13.72$ g/cm ³	Bare	13.0	13.9	8.96	12.3	14.2	9.06	12.5
	Water	4.59	4.69	3.23	4.38	4.78	3.25	4.45
	Steel	5.21	5.11	3.73	4.97	5.21	3.74	5.02
Dioxide $\rho = 11.73$ g/cm ³	Bare	14.1	14.8	9.96	13.4	15.0	10.0	13.6
	Water	5.23	5.34	3.74	5.04	5.39	3.74	5.08
	Steel	6.04	5.86	4.42	5.79	6.03	4.44	5.85

Table 6 Computed Minimum Critical Mass of ^{243}Am

Chemical form	Reflector	Critical mass (kg)						
		MONK				MCNP		
		UKNDL	JEF-2.2	ENDF/B-VI	JENDL-3.2	JEF-2.2	ENDF/B-VI	JENDL-3.2
Metal $\rho = 13.77$ g/cm ³	Bare	181	217	222	296	206	211 (143)*	284
	Water	165	200	205	277	189	194 (132)*	262
	Steel	111	133	144	193	127	135 (89.0)*	181
Dioxide $\rho = 11.77$ g/cm ³	Bare	473	616	618	926	578	572 (300)*	864
	Water	450	593	599	876	558	553 (282)*	822
	Steel	342	456	467	698	429	438 (215)*	662

*Results in parentheses are for the ENDF/B-VI r8 evaluation

トピックス 4「臨界安全設計及び制御の実際」(発表 15 件)、

トピックス 7「燃焼度クレジット」(発表 18 件)

トピックス 8「臨界事故評価」(発表 16 件)

トピックス 9「緊急時対応及び訓練」(発表 10 件)

トピックス 10「特別セッション：照射後試験」(発表 5 件)

では、核データ関連の発表は特になかったので、内容の紹介は割愛する。